

Validación del Código Acoplado COBRA-TF/PARCSv2.7 ante un Transitorio de Inyección de Boro

A. Abarca, T. Barrachina, R. Miró, G. Verdú

Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM)
Universitat Politècnica de València
Camí de Vera s/n, 46021 València, España
aabarca@isiryum.upv.es, tbarrachina@iqn.upv.es, rmiro@iqn.upv.es,
gverdu@iqn.upv.es

Resumen – El objeto de este trabajo es validar el código acoplado COBRA-TF/PARCS en un escenario de inyección asimétrica de boro en un reactor PWR de tres lazos. Con ello se pretende comprobar el recientemente desarrollado modelo de transporte de boro del código COBRA-TF y las rutinas de interpolación de sección eficaz en función de la concentración de boro que se implementaron en PARCS v2.7, demostrando su adecuado funcionamiento y su validez para el análisis de transitorios en seguridad nuclear.

1. INTRODUCCIÓN

Gracias a los avances en la tecnología informática los análisis en seguridad nuclear están comenzando a utilizar modelos termohidráulicos y neutrónicos más detallados. El objetivo de este trabajo es la validación, del recientemente desarrollado, código acoplado COBRA-TF/PARCSv2.7 (CTF/PARCS) [1], [2], [3] en un escenario de inyección de boro en reactores tipo PWR.

La inyección de boro se ha llevado a cabo en un reactor PWR de tres lazos. Para verificar que los resultados obtenidos con CTF/PARCS son adecuados, se ha realizado una comparación de los mismos frente a los obtenidos con el código acoplado ampliamente validado RELAP/PARCS [4].

Ambos códigos acoplados presentan un algoritmo de acople similar [5], basado en las rutinas de intercambio de información de la General Interface (GI), que utilizan la Parallel Virtual Machine (PVM) [6] como herramienta de comunicación entre procesos.

2. METODOLOGÍA

Como se ha mencionado con anterioridad, el mecanismo de acople entre los códigos CTF y PARCS está basado en el intercambio externo de datos. El algoritmo de acople se vale de las rutinas de la GI implementadas en PARCS y de nuevas rutinas añadidas en CTF para habilitar la comunicación e intercambio de datos en el entorno proporcionado por la PVM. Además, las rutinas de *auto-mapping* y promediación de valores implementadas en CTF proporcionan un robusto interfaz que se adapta a las diferencias existentes entre las nodalizaciones neutrónicas y termohidráulicas. En la figura 1 se puede observar el diagrama del esquema de acople e intercambio de datos de CTF/PARCS.

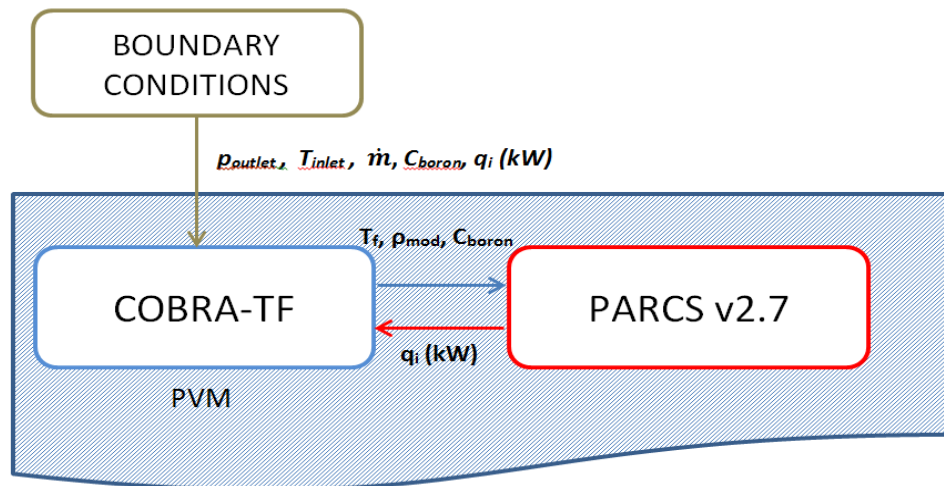


Figura 1: Esquema de acople y flujo de información de CTF/PARCS.

El esquema de acople del código RELAP/PARCS es similar al descrito anteriormente, con la salvedad de que este último necesita un fichero externo que proporcione el mapa de correspondencia entre la nodalización termohidráulica y la neutrónica (*mapping*), denominado MAPTAB.

La metodología seguida para realizar las simulaciones con ambos códigos acoplados es la siguiente:

1. Generación de secciones eficaces utilizando la metodología SIMTAB.
2. Simulación de un transitorio nulo con el código termohidráulico sin acoplar (RELAP y CTF).
3. Simulación de un estacionario con el código acoplado (RELAP/PARCS y CTF/PARCS).
4. Simulación del transitorio de inyección de boro con el código acoplado (RELAP/PARCS y CTF/PARCS).

3. APLICACIÓN

El núcleo modelado es el correspondiente a un reactor genérico PWR de tres lazos, posee 177 elementos combustibles, siendo el número de varillas de combustible y tubos guía de 236 y 20 respectivamente por elemento combustible. Las condiciones operativas corresponden a un hot full power (HPF), donde la potencia nominal es de 3010 MWth y el caudal másico de 15605.6 kg/s al final de ciclo (EOC).

La concentración de boro en estas condiciones operativas es de aproximadamente 882 ppm. En nuestro caso de test, a los 20 s de transitorio tiene lugar una inyección de agua borada a través de el lazo nombrado como 3 en la figura 2. La concentración media de boro en la entrada al núcleo de este lazo es de aproximadamente 2000 ppm.

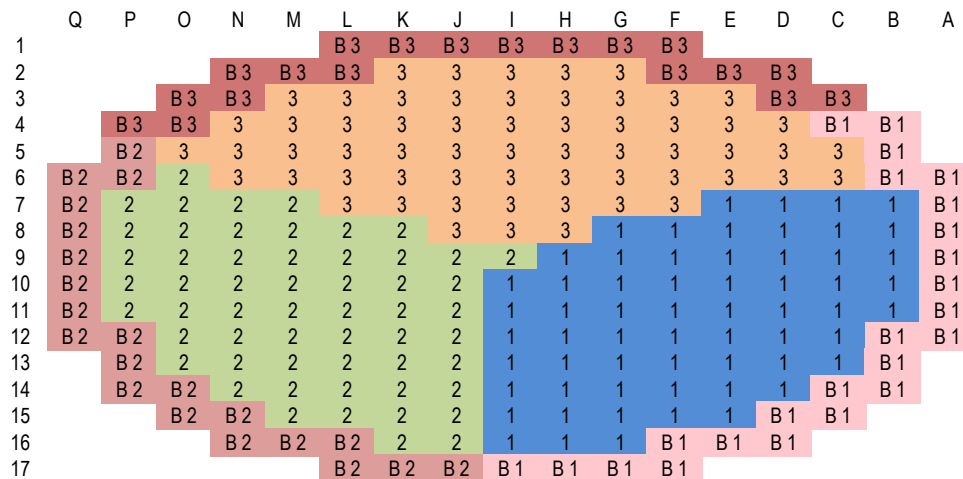


Figura 2: Distribución de canales asignados a cada lazo en la entrada del núcleo.

3.1. Modelo de COBRA-TF

El modelo termohidráulico elaborado para el código COBRA-TF contiene 482 canales (354 correspondientes con el núcleo activo y 128 representando el bypass). Se han utilizado dos subcanales por elemento combustible, uno para modelar el refrigerante que pasa entre las varillas de combustible y otro para el existente dentro de los tubos guía. El subcanal calefactado por la varillas de combustible está conectado a una estructura de calor que representa las 236 varillas. Axialmente, los subcanales se han dividido en 34 nodos. En la figura 3 puede observarse un esquema radial del modelo de CTF, el esquema representa únicamente la numeración de los canales calefactados (no los tubos guía).

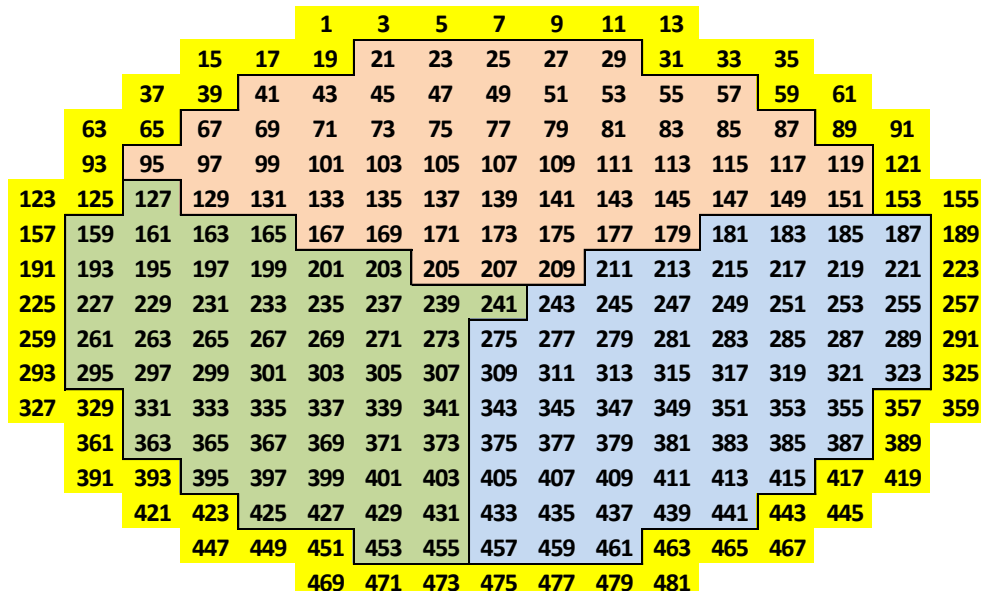


Figura 3: Esquema radial de la nodalización del modelo de CTF.

3.2. Modelo de RELAP5

El núcleo activo ha sido modelado en RELAP5 mediante 177 canales termohidráulicos conectados mediante componentes *multiple junctions* (MLTJUN) y *branches* (BRANCH) a,

mientras que el bypass ha sido modelado utilizando 3 canales independientes según el lazo de refrigeración del reactor, como puede observarse en la figura 4. Cada canal termohidráulico que representa el núcleo activo está conectado a una estructura de calor.

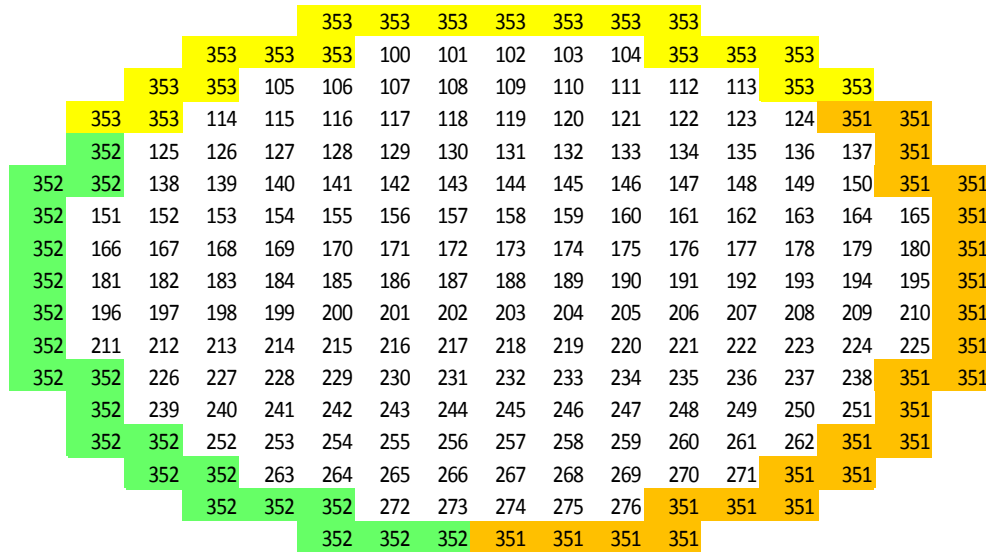


Figura 4: Esquema de la nodalización radial del modelo de RELAP.

Las condiciones de contorno de entrada han sido modeladas por separado para cada uno de los lazos de refrigeración del reactor, utilizando componentes *time dependent volumes* (TMDPVOL) y *time dependent junctions* (TMDPJUN), mientras que las de salida se han modelado con un único *time dependent volume* (TMDPVOL) como puede observarse en la figura 5.

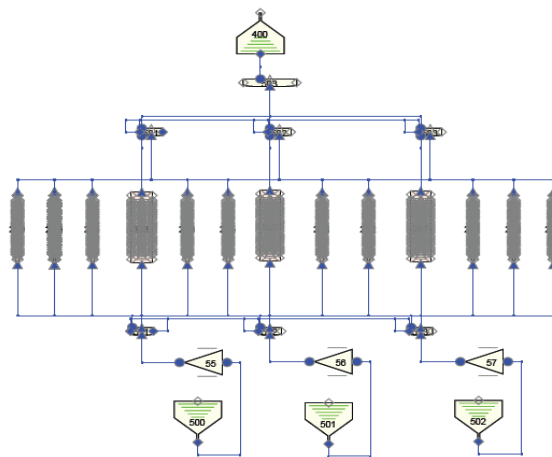


Figura 5: Esquema SNAP del modelo de RELAP5.

3.3. Modelo de PARCS

El modelo neutrónico de PARCS v2.7 consiste en una malla 3D de 241 x 34 nodos. El núcleo activo está representado por la malla interna de 177 x 32 nodos, considerando 1152 composiciones isotópicas distintas, mientras que el reflector, representado en amarillo en la figura 6, lo componen el anillo exterior del mallado y el primer y último plano axial. Las tablas de secciones eficaces se han generado utilizando la metodología SIMTAB, desarrollada en la UPV con la colaboración de Iberdrola. Esta metodología se alimenta de los datos de CASMO4-SIMULATE3 [7] y genera las correspondientes tablas

de secciones eficaces en función de la temperatura del combustible, la densidad del moderador, la concentración de boro y el grado de inserción de las barras de control.

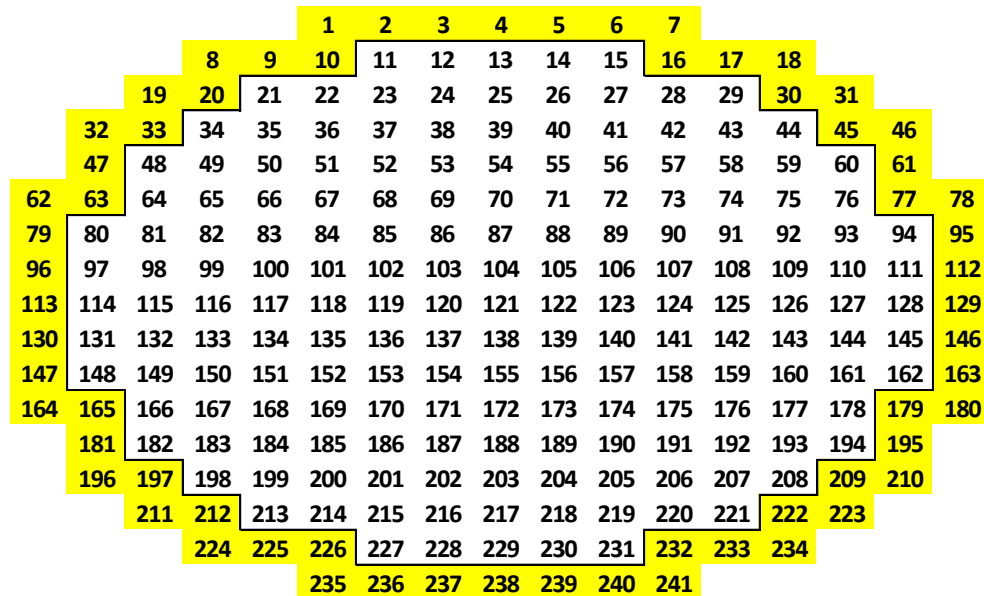


Figura 6: Esquema radial de la nodalización de PARCS.

4. RESULTADOS

Se han realizado dos transitorios idénticos de inyección de boro con los códigos RELAP5/PARCS y CTF/PARCS. La inyección de boro, de unos 2000 ppm a la entrada del núcleo en el lazo 3, comienza a los 20s y se mantiene constante hasta que la simulación finaliza.

Con objeto de comparar los resultados obtenidos con ambos códigos acoplados se han representado los perfiles de potencia (axial y radial) antes y después de dicha inyección de boro, así como la distribución radial de boro a la salida del núcleo. En las figuras 7, 8 y 9 se representan estas variables.

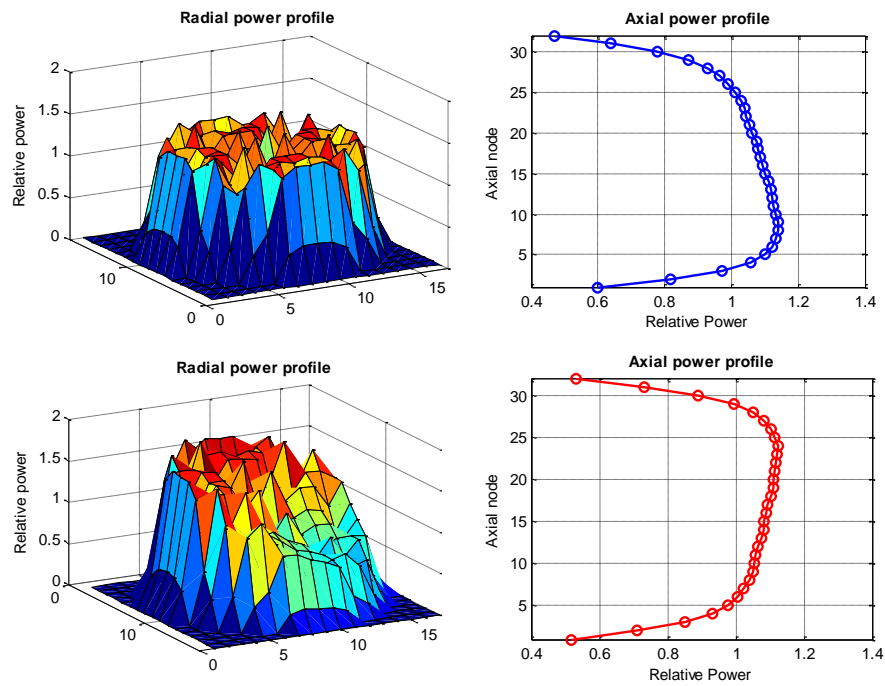


Figura 7: Perfiles de potencia antes (imagen superior) y después (imagen inferior) de la inyección de boro obtenidas con RELAP/PARCS.

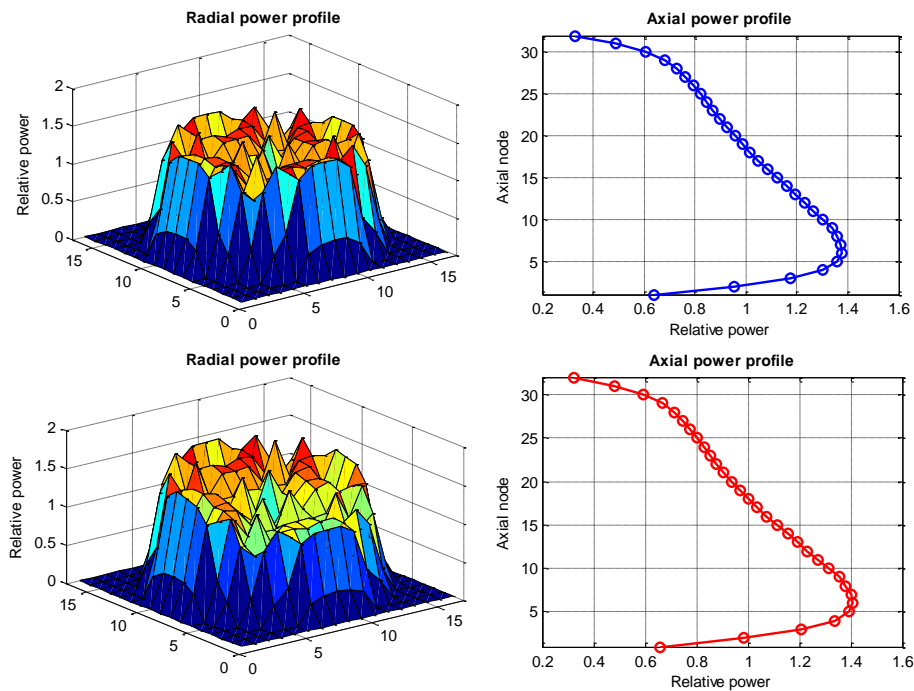


Figura 8: Perfiles de potencia antes (imagen superior) y después (imagen inferior) de la inyección de boro obtenidas con CTF/PARCS.

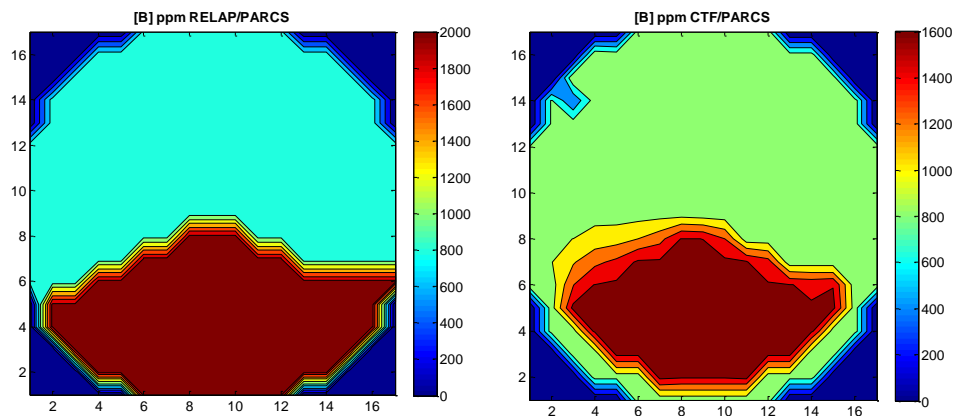


Figura 9: Distribución radial de boro a la salida del núcleo: RELAP/PARCS (izquierda) and CTF/PARCS (derecha).

5. CONCLUSIONES

Se ha comprobado la validez del acoplamiento entre el código de difusión neutrónica 3D PARCS v2.7 y el código termohidráulico de subcanal COBRA-TF frente a un escenario de inyección de boro, comprobando el correcto funcionamiento del, recientemente incorporado, modelo de transporte de boro a COBRA-TF.

Se ha demostrado la naturaleza 3D de las inyecciones asimétricas de boro en los reactores nucleares tipo PWR, siempre y cuando no se dé una mezcla perfecta del fluido antes de la entrada al núcleo. Este último aspecto coloca a los códigos acoplados con neutrónica y termohidráulica tridimensional como herramientas óptimas para la simulación de este tipo de escenarios.

REFERENCIAS

- 1) T. Downar, D. Lee, Y. Xu, T. Kozlowski, J. Staundenmier, "PARCSV2.7 US NRC Core Neutronics Simulator" (2006).
- 2) COBRA/TRAC – "A Thermal-Hydraulics Code for Transient Analysis of Nuclear Reactor Vessels and Primary Coolant Systems. Equations and Constitutive Models". Vol. 1. NUREG/CR-3046 PNL-4385 (1983).
- 3) COBRA/TRAC – "A Thermal-Hydraulics Code for Transient Analysis of Nuclear Reactor Vessels and Primary Coolant Systems. Users' Manual". Vol. 3. NUREG/CR-3046 PNL-4385 (1983).
- 4) "RELAP5/MOD3.3 Code Manual". Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, NUREG/CR-5535/Rev 1-Vol I-VIII (2001).
- 5) A. Abarca et al, "A Procedure for Coupled Thermal-hydraulic Subchannel and Neutronic Codes Using COBRA-TF and PARCS". INAC (2011).
- 6) A. Geist et al, "PVM Parallel Virtual Machine", A User's Guide and Tutorial for Networked. Parallel Computing, MIT Press (1994).
- 7) J. T. Cronin, K. S. Smith, D. M. Ver Planck, "SIMULATE-3. Advanced three-dimensional two-group reactor analysis code", Studsvik/SOA-95/18 (1995).